

УДК621.039.524.441

РЕАКТОРНАЯ УСТАНОВКА ВВЭР-СКД СО СПЕКТРАЛЬНЫМ РЕГУЛИРОВАНИЕМ И ПЕТЛЕВОЙ КОМПОНОВКОЙ

И.И.Лощаков, А.Л.Сироткина

*Санкт-Петербургский государственный
политехнический университет*

*Saint-Petersburg state polytechnical
university*

Ключевой путь развития водо-водяных реакторов – переход к сверхкритическим параметрам теплоносителя. На сегодняшний день находятся в разработке различные проекты ВВЭР-СКД: с быстрым и тепловым спектром нейтронов, одноходовой и двухходовой схемой движения теплоносителя, для работы в двухконтурной и одноконтурной схемах и т.д.

В данной работе рассматривается установка ВВЭР-СКД со спектральным регулированием и петлевой компоновкой. Проводятся физический (определение нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик) и конструктивный расчеты реактора. Выявляются положительные и отрицательные качества данной установки.

Ключевые слова: реактор на тепловых нейтронах, ВВЭР, сверхкритическое давление.

A keyway of development of pressurized water reactors—the transition to a supercritical fluid. To date, there are various projects in the development of the VVER-SKD: with fast and thermal neutron spectrum, single pass installation of and two-way movement of the coolant circuit, for use in single- and two-loop circuits, etc.

In this paper we consider the VVER-SKD installation with spectral control and loop layout. This paper contains the physical (the definition of neutronic and thermohydraulic characteristics) and the design calculations of the reactor. Positive and negative qualities of this plant are identified.

Keywords: thermal reactor, reactors, supercritical pressure.

Введение

В настоящее время направления развития атомной энергетики определяются «Стратегией развития атомной энергетики России в первой половине XXI века». [1] Они продиктованы следующими обстоятельствами:

- необходимостью ввода новых мощностей;
- необходимостью повышения показателей эффективности АЭС для обеспечения их конкурентоспособности по сравнению с ТЭС на органическом топливе;
- все более возрастающими требованиями к обеспечению безопасности;
- необходимостью решения проблем по обращению с РАО и ОЯТ.

Предлагаются к разработке различные проекты. Согласно модели РНЦ «Курчатовский институт», целесообразными признаются следующие направления развития:

- тепловые энергетические реакторы. Предназначение: потребление избыточного количества плутония, оптимальное энергопроизводство за счет широкого мощностного ряда и множества возможных областей использования;
- быстрые реакторы. Предназначение: базовое энергопроизводство, замыкание топливного цикла (расширенное воспроизводство ядерного топлива);
- жидкосолевые реакторы-выжигатели. Предназначение: минимизация количества минорных актиноидов – сжигание всех долгоживущих актиноидов, в том числе высокоактивных продуктов деления. [2]

Для реализации первого направления в среднесрочной перспективе практически единственным является вариант преимущественного использования уже освоенных и успешно эксплуатируемых водо-водяных реакторов. [3] Ключевой путь развития ВВЭР – переход к сверхкритическим параметрам теплоносителя. Реакторы, охлаждаемые водой СКП (англ. – SCWR), являются одним из шести проектов, утвержденных международной программой GIF (GenerationIVInternationalForum). [4]

Среди очевидных преимуществ ВВЭР-СКД следует отметить:

- повышение КПД энергоблока до 40 – 44% за счет повышения начальных параметров пара (предлагаются к разработке как двухконтурные, так и одноконтурные схемы) [5];
- отсутствие критического теплового потока, который может привести к пережогу твэлов [6];
- большой прирост энтальпии теплоносителя при прохождении через активную зону реактора. Это позволяет при сравнимой мощности иметь гораздо меньший расход теплоносителя.

Среди находящихся в разработке на данный момент времени проектов ВВЭР-СКД с тепловым спектром особого внимания заслуживает реактор с относительно невысокими параметрами теплоносителя (давление – 23,5 МПа, температура на выходе – 380 °С) и спектральным регулированием. Это связано с возможностью использования уже имеющихся решений по оборудованию. Кроме того, переход к одноконтурным установкам с параметрами теплоносителя 25 МПа и 540 °С требует накопления опыта эксплуатации реакторов, охлаждаемых водой СКД. Рассматриваемая установка подходит для этой цели, а также сможет заменить устаревшие блоки на этапе перехода к вышеупомянутым реакторам.

Исследование реакторной установки в ходе данной работы должно быть направлено на определение основных нейтронно-физических (запас реактивности, длина кампании, глубина выгорания топлива), теплогидравлических (температура оболочек твэлов, урановых сердечников) и конструктивных (геометрические параметры корпуса, труб главного циркуляционного трубопровода) характеристик. Необходимо получить наглядные результаты для возможности оценки свойств рассматриваемой установки, а также для сравнения ее с установками предыдущего поколения.

Физический расчет реактора

Исходными данными для физического (нейтронно-физического и теплогидравлического) расчетов реактора служат следующие параметры (табл.1):

Таблица 1 – Исходные данные для физического расчета реактора ВВЭР-СКД

Параметр	Значение
Тепловая мощность реактора, МВт	2500
Теплоноситель:	
Давление, МПа	23,5
Температура на входе, начало / конец кампании, °С	365 / 345
Температура на выходе, начало / конец кампании, °С	381 / 378
Топливо:	
Тип топлива	UO ₂
Обогащение, %	5
Геометрические характеристики активной зоны:	
Объем, м ³	27
Число ТВС	151
Характеристики ТВС:	
Тип ТВС	Шестигранная, бесчехловая
Шаг ТВС, мм	241
Размер ТВС под ключ, мм	238
Число твэлов в ТВС	200
Конструкционный материал	Сталь 1X18Н9Т
Характеристики твэлов:	
Тип твэла	стержневой
Решетка	треугольная
Шаг решетки, мм	19,89
Наружный диаметр оболочки, мм	9,1
Внутренний диаметр оболочки, мм	7,7
Наружный диаметр топливного сердечника, мм	7,5
Внутренний диаметр топливного сердечника, мм	1,4

Свойства воды при сверхкритическом давлении определяют особое строение ТВС реактора. Из-за резкого снижения плотности необходимо предпринимать специальные меры для обеспечения эффективного замедления нейтронов по всей высоте ТВС. Этого можно добиться двумя способами: разрежением решетки твэлов (т.е., увеличением шага решетки), либо введением в ТВС т.н. «водяных элементов» - полых трубок шестигранного или круглого сечения, заполненных водой при более низкой температуре. Также в качестве «водяных элементов» могут использоваться стержни из гидрида циркония. [2] Для рассматриваемого реактора выбран первый путь решения проблемы.

Конструкция твэла была выбрана идентичной конструкции твэлов ВВЭР-1000. Выбор был продиктован стремлением максимально использовать уже отработанные на реакторах предыдущего поколения технологические решения. Этот же фактор повлиял на геометрические характеристики ТВС, активной зоны, на выбор топлива.

Расчет проводился в предположении, что все ТВС активной зоны идентичны по обогащению.

Были получены следующие характеристики реактора: запас реактивности в начале кампании – 0,207; длина кампании – 585 эфф.сут.; глубина выгорания – 33 МВт·сут/кг. Наружная температура оболочки твэла не превышает 388 °С (в расчете на

среднюю нагрузку) и 403 °С (в расчете на максимально нагруженный твэл). Внутренняя температура оболочки твэла не превышает 421 °С (для «среднего») и 485 °С (для «максимального»). Температура в центре топливного сердечника – не выше 1017 °С (для «среднего») и 1778 °С (для «максимального»).

Средний расход теплоносителя через реактор составляет около 5000 кг/с; при этом скорость не превышает 4,3 м/с.

Конструктивный расчет

Разрабатываемая установка имеет петлевую компоновку. Такая компоновка предполагает наличие прочно-плотного корпуса, в котором размещается активная зона и прочие внутрикорпусные устройства. Корпус держит полное давление теплоносителя. Он должен быть максимально приближен к корпусу ВВЭР-1000.

Для определения основных геометрических характеристик корпуса реактора (табл. 2) был проведен прочностной расчет согласно Нормам расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок [7].

Таблица 2 – Характеристики корпуса рассчитываемого реактора

Характеристика	Значение
Рабочее (расчетное) давление, МПа	26,0
Давление гидроиспытаний (расчетное), МПа	39,0
Расчетная температура, °С	350
Материал корпуса	Сталь 15Х2НМФА, КП 490
Число патрубков подвода/отвода теплоносителя	8
Диаметр патрубков подвода/отвода теплоносителя, мм	400
Число патрубков САОЗ и КИП	5
Диаметр патрубков САОЗ и КИП, мм	300
Внешний диаметр корпуса в районе активной зоны, мм	4635
Толщина стенки цилиндрической обечайки АЗ, мм	274
Высота цилиндрической обечайки АЗ, мм	3710
Толщина стенки днища, мм	231
Высота днища, мм	1337
Толщина стенки обечаек зоны патрубков, мм	439
Высота верхней/нижней обечаек зоны патрубков, мм	1200
Толщина стенки крышки, мм	278

Также согласно норм расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭ Г-7-002-86) [7] были рассчитаны и подобраны по сортаменту ГОСТ 8732-78 [8] трубы главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ). Были выбраны трубы внешним диаметром 500 мм при толщине стенки 50 мм.

Заключение

Подводя итог расчетам, следует отметить несколько фактов:

– по нейтронно-физическим характеристикам разрабатываемый реактор не уступает реакторам ВВЭР-1000/1200, имеет приемлемую длину кампании при меньшей

загрузке топлива. При этом для такого реактора существует еще один «рычаг управления» - спектральное регулирование, что может позволить иметь меньший запас реактивности на выгорание;

– относительно небольшой расход теплоносителя является несомненным плюсом как с точки зрения работы ГЦН, так и с конструктивной точки зрения. Он позволяет иметь меньший диаметр патрубков для подвода / отвода теплоносителя, следовательно, меньшую толщину стенок обечайки зоны патрубков;

– температурный уровень материалов твэлов, согласно теплогидравлическому расчету, не превышает предельно допустимого уровня. Следовательно, при данном сочетании параметров установка работоспособна, и нет опасности повреждения / расплавления твэлов в штатном режиме работы.

Литература

1. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине 21 века – М.: «ФГУП «ЦНИИАтоминформ», 2001. – С. 64.
2. Драгунов Ю.Г. и др. Водоохлаждаемые реакторы со сверхкритическими параметрами – перспективные реакторы 4-го поколения, тезисы доклада на «Научной сессии МИФИ-2000» / Сб. научных трудов. // Научная сессия МИФИ-2000. – Т. 8. – 2007. – С. 34-35.
3. Асмолов В.Г., Зродников А.В., Солонин М.И. Инновационное развитие атомной энергетики России. Материалы заседания Научно-технического Совета Росатома. – М.: «ЦНИИАТОМИНФОРМ», 2006. – С. 6-14.
4. Technology Road Map for Generation 4 Nuclear Energy Systems // Generation 4 International Forum, GIF-002-00. Issued by USDOE and Generation 4 International Forum, USA. – 2002.
5. Тепловая схема энергоблока АЭС реактором, охлаждаемым водой сверхкритического давления / В.А. Силин, В.М. Зорин, А.М. Тагиров и др. // Теплоэнергетика. – 2010. – Вып. №12.
6. Грабежная В.А., Кириллов П.Л. Теплообмен в трубах и пучках стержней при течи воды сверхкритического давления // Атомная энергия. – 2004. – Т. 96. – С. 387-393. – Вып. 5.
7. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭ Г-7-002-86) / Госатомэнергонадзор СССР. – М.: «Энергоатомиздат», 1989. – 525 с.
8. ГОСТ 8732-78. Трубы стальные бесшовные горячедеформированные. Сортамент.

Лощаков Игорь Иванович – СПбГПУ, ЭнМФ, кафедра Атомных и тепловых энергетических установок, заведующий кафедрой, доктор физико-математических наук, профессор. E-mail: aiteu@spbstu.ru

Сироткина Александра Львовна – СПбГПУ, ЭнМФ, кафедра Атомных и тепловых энергетических установок, техник. E-mail: aiteu@spbstu.ru

Loshchakov Igor I. – Saint-Petersburg state polytechnical university, Head of Department, Doctor of Physical and Mathematical Sciences, Professor.
E-mail: aiteu@spbstu.ru

Sirotkina Aleksandra L. – Saint-Petersburg state polytechnical university, technician.
E-mail: aiteu@spbstu.ru